2001 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

스텐레스 저장용기의 수소동위원소 확산평가

Evaluation of Hydrogen Isotope Diffusion in the Stainless Steel Storage Vessel

김광락, 백승우, 이성호, 안도희, 임성팔, 정흥석
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

수소동위원소 장기 저장용으로 대개 오스테나이트계 스텐레스 용기가 사용되며 수소는 용기 내에서 기상 또는 금속 하이드라이드 형태로 저장한다. 수소 확산에 의한 용기 재료 손상 가능성을 예측하기 위하여 스텐레스 재질에서 수소동위원소와 헬륨계의 확산 평가 전산 프로그램을 개발하였다. 계산결과, 장기 저장시 40°C 정상 저장 온도조건에서 7mm 두께의 저장용기를 통한 확산에 의한 수소투과는 무시할 만하였으나 용기 온도가 800°C 까지 상승하는 12 시간의 가상 화재사고 조건에서는 용기 벽을 통한 수소 투과는 매우 빠르게 진행됨을 알 수 있었다.

Abstract

A vessel of the austenitic stainless steel is normally recommended for the long-term storage of hydrogen isotopes. The hydrogen may be gas, or fixed as a metal hydrides in the storage vessel. In order to predict the possibility of deterioration of the mechanical properties from the diffusion of hydrogen, an evaluation program has been developed for diffusion analysis of hydrogen isotopes and helium systems in the stainless steel vessel. Numerical results showed that negligible tritium would be released by permeation through the vessel wall of 7mm thick at the normal storage temperature of 40°C for long-term storage. In hypothetical fire accidents, when the vessel was heated for 12 hours to temperature up to 800°C, permeation of hydrogen through the vessel wall was very rapid.

1. 서 론

오스테나이트계 스텐레스 재질은 다른 금속재료에 비해 수소동위원소의 투과율이 낮고 수소로부터 기계적 물성 손상 저하에 대한 상대적 면역성이 높기 때문에 흔히 트리튬 취급 및 저장계통에 사용된다[1-5]. 이들로 만들어진 저장용기는 트리튬 기체 혹은 트리타이드 화합물 저장 시 발생하는 기상 수소 분위기에서도 물성 손상에 대한 높은 저항성을 가지는 재료 건전성이 요구된다[1,4]. 또한 반감기 12.3 년을 갖는 트리튬 붕괴에 의한 헬륨생성으로 넓은 범위의 운전 조건에서도 영향을 받지 않아야 한다[6-8].

수소동위원소 저장용기의 수명 예측은 용기 금속재질에 흡착되어 있는 수소와 헬륨의 양에 크게 의존한다. 수소와 헬륨 둘 다 통상 사용 온도 조건에서 스텐레스 재질을 취약하게 한다고 알려져 있기 때문에 이로 인한 기반 금속재질이 파손되면 외부 환경으로의 심각한 트리튬 방출을 야기시킬 수도 있다. 이외에 구조재료를 통하여 트리튬의 투과는 저장용기 계통을 유지·관리하는 운전원의 방사선 피폭에 노출될 수 있다. 그러므로 수소 함유 금속재질 내에서의 수소와 헬륨의 양과 분포를 예측하는 것은 중요한 의미를 갖는다[6].

본 연구에서는 트리튬 저장용기의 설계 및 건전성 평가를 위하여 오스테나이트 스텐레스 저장용기 재질에서 저장조건에 따른 수소동위원소와 헬륨의 장기 확산 거동을 유한차분법을 이용하여 계산하였다. 기상 트리튬 및 금속 트리타이드 저장시 여러 가지 운전조건에서 저장용기 내벽으로부터 투과되는 수소동위원소 및 헬륨의 농도분포, 확산에 의한 투과량 그리고 장기 저장특성을 평가하였다.

2. 트리튬 기체 폐기물 저장용기

중수로 발전소에서 발생되는 트리튬을 계통 중수로부터 분리하여 99%이상의 고순도 트리튬을 장기적으로 저장하는 용기로써 수소나 발생 헬륨에 대해 물리 화학적 손상에 대한 저항성이 큰 스텐레스 용기를 주로 사용한다. 그림 1 과 같이 용접 된 스텐레스 316L 재질의 원통형 용기로 내용적이 5000cm^3 이며 약 850g 의 타이타늄 스폰지가 장입된 것으로써 방사성 폐기물 인도규정, 방사성 물질 등의 포장 및 운반에 관한 관련규정을 만족하는 용기 형태이다. 초기 진공상태의 고온 활성화 과정을 거친 다음, 고순도 트리튬 흡착 시 TiT_1의 원자 몰비를 형성하는 금속 하이드라이드 형태로 수소동위원소를 저장한다. 특히 타이타늄 하이드라이드는 상온에서 매우 낮은 수소 증기압을 나타내기 때문에 외부 트리튬 누출을 최소화 할 수 있는 장점이 있다.

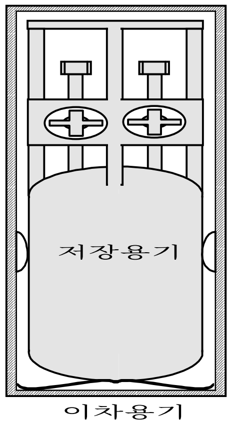

그림 1. 트리튬 저장용기

3. 이 론

3.1 기본 유한 차분식 유도

저장용기의 용기 벽 형태를 평판(plane sheet)으로 간주하면 그림 2 처럼 필요한 변수를 나타낼 수 있다. 평판을 통한 확산은 확산계수가 농도에 무관하다면 다음과 같다.

$$\frac{\delta c}{\delta t} = D\frac{\delta^2 c}{\delta x^2} \tag{1}$$

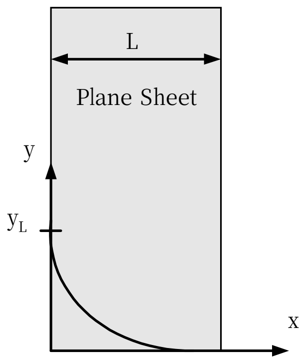

그림 2. Plane sheet 확산모델

미분 방정식 (1)을 유한 차분 식으로 나타내기 위하여 다음 식을 정의하여 사용한다.

$$P_m = u_m^{n+1} - u_m^n \quad , \quad n=0,\ldots,N, \quad m=0,\ldots,M \tag{2}$$

상기식 (2)에서 상·하 첨자는 각각 시간과 용기 벽 공간을 나타낸다. 농도와 시간을 무차원 변수($u = y/y_L$, $T = Dt/l^2$)를 사용하여 차분화 하면

$$\frac{u_m^{n+1} - u_m^n}{\Delta T} = \frac{l^2}{2(\Delta x)^2}\left[u_{m+1}^{n+1} + u_{m+1}^n - 2u_m^{n+1} - 2u_m^n + u_{m-1}^{n+1} + u_{m-1}^n\right] \tag{3}$$

(3)식과 같이 쓸 수 있다. 여기에서, y_L는 표면 농도, D는 확산계수, t는 시간, x는 저장용기 내벽으로부터 거리, l은 저장용기 벽 두께를 나타낸다. 식 (3)에서 u_m^n을 대신 P_{m+1}, P_m 그리고 P_{m-1}을 대입하고 정리하면 다음 식이 얻어진다.

$$-A_m P_{m+1} + B_m P_m - C_m P_{m-1} = D_m \tag{4}$$

여기에서, $A_m = 0.5$

$$B_m = \frac{(\Delta x)^2}{\Delta T\, l^2} + 1$$

$$C_m = 0.5$$

$$D_m = u_{m+1}^n - 2u_m^n + u_{m-1}^n$$

을 나타낸다. 확산계수, 시간, 온도 그리고 표면농도와 함께 기하학적 변수들을 알면 농도분포를 계산할 수 있다. 필요한 초기 및 경계 조건들은 $u_o,\ldots,u_M$ 과 $p_o,\ldots,p_M$ 에 의해 주어진다. 경계 조건들로부터 (5)식과 같이 X_{M+1}과 Y_{M+1}을 알 수 있어서 반복계산에서 X_M과 Y_M을 초기화하는데 사용된다. 즉,

$$X_m = \frac{D_m - A_m X_{m+1}}{B_m - A_m Y_{m+1}}\ ,\qquad Y_m = \frac{C_m}{B_m - A_m Y_{m+1}} \tag{5}$$

X_m과 Y_m으로부터의 값들은 다음과 같이 P_m을 구하기 위해 사용되어진다.

$$P_m = X_m + Y_m P_{m-1} \tag{6}$$

식(2)에서 p_m은 시간에 따른 무차원 농도 u_m의 변화로 정의 되기 때문에 시간 간격의 마지막에서 농도분포는 그 다음의 계산과정에서 반복 사용되어진다. 달리, 만약 확산하는 물질이 시간에 따라 붕괴를 한다면 다음 계산 단계를 위한 출발 농도분포를 정의하는 시점에서 u_m을 변화시킬 수 있다. 또한 경계 조건들을 수정하므로 임의의 특정 시간에서 전개되는 변화를 모델화 할 수도 있다.

3.2 기본 물성 관계식

용해도, 확산계수 그리고 투과도는 실험적으로 결정되며 온도에 따라 변한다. 이들 관계식은 보통 Arrhenius 식 형태로 나타낼 수 있다[4]. 즉,

$$K(T_i) = A_O \exp(-\frac{E^*}{RT_i}) \tag{7}$$

여기서 $K(T_i)$는 용해도, 확산계수 또는 투과도를 나타내고 T_i 는 온도를 나타내며 상수 Ao와 활성화 에너지 E^*는 저장용기 재질에 의존한다. 이들 상수들은 표 1 에 나타내었다 [10]. 수소동위원소의 상대적 확산계수는 다음과 같이 동위원소 질량과 관계가 있다.

$$H : D : T = 1^{1/2} : 2^{1/2} : 3^{1/2} \tag{8}$$

금속 내에서 헬륨의 확산 계수는 비교적 높으나 대부분의 헬륨 원자는 전위, 입계, 또는 높은 에너지 사이트에 이끌려 금속 내 멀리 확산하지 못하고 포획된다. 그러므로 확산에 의한 헬륨의 이동은 이 유한 차분 계산에서는 무시할 수 있고, 해석을 위한 계산에서는 재료 격자 내 특별한 위치에서 트리튬이 헬륨으로 한번 붕괴하면 헬륨은 그 위치에 그대로 존재한다고 가정하였다[9,10].

용기 재질상의 수소동위원소 표면 농도(y_L)는 확산 원소종의 금속에 대한 용해도(S)와 증기압(P_R)에 의존한다[4]. 즉,

$$y_L = S * (P_R)^{1/2} \tag{9}$$

금속 내 수소가 고용 상태로 해리되어 있기 때문에 금속합금에 대해 용해된 표면 농도는 수소 압력의 제곱근의 항으로 사용된다. 확산계수와 투과도와는 달리 용해도에 의한 표면농도는 개개 수소동위원소에는 의존하지 않는다. 수소의 금속에 대한 용해도는 온도에만 의존하며 트리튬의 증기압은 방사능 붕괴에 의하여 시간에 따라 감소한다.

3.3 저장용기 벽면 경계조건

밀폐된 저장용기에서 트리튬의 분압은 헬륨으로의 방사능 붕괴로 시간에 따라 감소한다. 그러므로 저장용기 벽면 농도는 다음 식에 의해 감소할 것이다.

$$u_O^{n+1} = u_O^n \left[\exp(-\lambda\, t_{step})\right]^{1/2} \tag{10}$$

여기에서 t_{step}은 시간 증분이다. 용기 내벽면 농도 변화는 다음식으로 주어진다.

$$p_O = u_O^{n+1} - u_O^n \tag{11}$$

단위 시간증분 동안에 트리튬은 용기 금속 표면상과 금속 내에서 붕괴된다.

밀폐된 저장용기에서 기상으로 둘러싸인 금속에 하이드라이드 형태로 수소동위원소 저장을 한다면, 금속 하이드라이드 내에서 트리튬 붕괴로부터 감소된 트리튬은 기상으로부터 다시 채워지게 된다. 사실, 저장용기 벽면으로 용해될 수 있는 트리튬은 기상 트리튬의 붕괴와 금속 하이드라이드에 보충되는 것으로 손실된다.

하이드라이드 상으로 손실 또는 방출 되는 트리튬은 시간과 하이드라이드 내의 수소양에 의존한다. 확산 계산에 있어서 요구되는 양은 기상에서 압력변화에 의한 용기 표면 농도 감소이다. 만약 용기 벽면으로 용해될 수 있는 하이드라이드 상의 트리튬 양을 알 수 있다면 이에 상응하는 용기 내벽 표면농도(b_o)는 다음 식으로 정의된다.

$$b_O^n = \left(\frac{g \times 82.06 \times T_i}{vol \times 6.034}\right)^{1/2} \times A_S \exp\left(\frac{-E_S^O}{RT_i}\right) \tag{12}$$

여기에서 g는 하이드라이드에서 트리튬의 양(g), T_i는 온도(K), vol은 저장용기 용적(cm^3), A_S는 Arrhenius 상수, E_S^O는 활성화 에너지, R은 기체상수를 나타낸다.

하이드라이드 상으로의 트리튬의 손실 또는 방출로 기인되는 표면 농도변화는 (12)식과 같이 쓸 수 있으므로 트리튬의 가스상 붕괴와 하이드라이드에서의 흡·탈착 조합에 의한 용기벽 표면 농도변화를 다음 식으로 쓸 수 있다.

$$p_O = (u_O^n + b_O^n) \times \left[\left\{ \exp(-\lambda\, t_{step} \right\}^{1/2} - 1 \right] \tag{13}$$

상기 (13)식은 트리튬의 금속 트리타이드 고정화 저장에서 경계조건을 정의하여 도입하는 관계식이다.

저장용기 외부에서는 여러 가지 경계조건을 고려할 수 있으나 가장 일반적인 경계조건으로 확산 성분의 일정한 농도를 고려할 수 있다.

$$u_M = \text{constant}, \quad p_M = 0 \tag{14}$$

본 연구에서는 용기 구조물 외부상으로 기체이탈은 외벽면에서 농도를 0 으로 설정하므로 최대한 농도구배를 형성케 하여 보수적인 계산 결과를 나오게 하였다.

3.4 헬륨거동

저장용기 재료 내 헬륨분포 계산은 용기 취화의 원인으로 알려진 값들과 비교를 위하여 용기 재질 내 헬륨의 양을 평가하는 것으로 중요한 의미를 갖는다. 헬륨 농도는 용기구조 내 주어진 위치에서 붕괴하는 트리튬 양으로부터 계산 가능하다. 즉,

$$He_m^{n+1} = He_m^n + 2u_m^{n+1}\left\{1 - \exp(-\lambda\ t_{step})\right\} \tag{15}$$

헬륨으로의 붕괴에 앞서 트리튬 확산계산을 유한 차분법으로 먼저 계산한 다음, 동시에 용기 구조 내 물질수지를 만족하도록 트리튬 농도 감소분을 계산한다.

3.5 저장용기 규격 및 물성치 입력

저장용기 규격은 표 1 과 같이 용접 된 스텐레스 316L 재질의 용기로 용기 두께가 0.7cm 이며 약 850g 의 타이타늄 스폰지상에 트리튬이 0.5MCi 이 함유되어 있다. 하이드라이딩 후 저장 초기의 압력은 0.014atm 의 수소동위원소로 혼합물이 채워져 있으며 40°C 에서 50 년간 장기 저장하는 조건을 사용하였다. 그리고 용해도와 확산계수를 위한 Arrhenius 상수 및 활성화 에너지 값을 이 표에 나타내었다.

표 1 저장용기 규격, 저장조건 및 물성치

	규격 및 물성치		비고
일차 저장용기	내경(cm)	16.78	6 인치(Sch.no.40)
	용기벽 두께(cm)	0.71	
	용적(cm^3)	6,000	
	외부 확산 표면적(cm^2)	~2146	
이차용기	내경(cm)	20.5	8 인치(Sch.no.30)
	공간부 용적(cm^3)	6,043	
초기 금속 하이드라이드 내 수소동위원소 양	Deuterium (g)	0.35	
	Tritium (g)	51.5	0.5MCi Tritium
초기 저장용기 내 수소 동위원소 분압	Deuterium (atm)	0.00014	저장초기 내부 압력:0.014 atm
	Tritium (atm)	0.01386	
저장용기 온도(°C)		40	
용해도	Arrehenius 상수, A_S (cc/cc)	1.45	SUS 316L
	Activation energy, E_S (cal/mol)	1,800	
확산계수 (deuterium)	Arrehenius 상수, A_D (cm^2/s)	2.0E-03	SUS 316L
	Activation energy, E_D (cal/mol)	12,650	

4. 결과 및 고찰

4-1. 저장용기 재료 내 수소동위원소 거동

타이타늄에 대한 수소의 등온 흡착 데이터에 의하면 타이타늄은 수소를 원자 몰비로 약 2배까지 흡착하여 하이드라이드를 형성할 수 있다고 알려져 있다. 본 계산에서는 타이타늄 대비 수소를 최소한 같은 몰비 이상($1 \le T/Ti \le 1.9$) 저장하는 개념으로 하여 일정한 하이드라이드의 수소동위원소 분압에 대한 용기 내벽면 표면 농도를 경계조건으로 하였다.

그림 3은 0.5MCi 트리타이드 금속을 함유하고 있는 스텐레스 저장용기에서 40℃ 실온에서 50년 동안 장기 저장할 때 저장 용기 벽을 통하여 확산되는 도중 어떤 시점에서 분포되는 수소동위원소와 이와 동시에 붕괴하여 생성되는 헬륨의 농도분포를 나타내었다. 수소동위원소인 경우 저장 후 5년이 지난 시점에서는 급격한 농도분포를 이루다가 시간이 지날수록 완만한 분포를 이루었다. 중수소인 경우 거의 일정한 내벽면 표면 농도를 유지하면서 시간이 지날수록 농도분포의 기울기는 점차 줄어드는 것을 보여주었다. 트리튬인 경우 시간이 지남에 따라 붕괴에 의해 내벽면 경계조건 농도의 감소는 물론 용기 벽을 통하여 농도 감소 폭이 적어지는 반면 헬륨의 생성은 초기에는 트리튬 거동과 비슷하다가 차츰 함량이 증가하여 완만한 분포를 나타내었다. 본 계산에서 발생 헬륨은 용기 재료 내에서의 확산이 없는 것으로 가정하였기 때문에

초기에는 트리튬 농도와 같은 기울기로 변화하다가 어느 시점에서는 트리튬보다 농도가 높아지는 결과를 보여주고 있다. 헬륨은 불활성 기체로 금속과의 반응성은 크지 않지만, 트리튬이 스텐레스 내로 확산된 뒤 생성되는 헬륨은 스텐레스 내에 존재하며 용기 벽의 재질을 변화시킬 수 있다. 트리튬 붕괴시 발생하는 전자의 평균에너지는 5.7keV이며, 헬륨의 평균 에너지는 1.03eV로 붕괴시 생성되는 헬륨은 생성위치에서 크게 이동하지 않는다.

그림 4는 화재 사고조건 인 800℃의 환경에 저장용기가 12시간 노출될 때 시간에 따른 용기 재료 내에서 예상되는 수소동위원소와 헬륨의 농도분포를 보여주고 있다. 실온에서 농도분포의 장기거동과 비교해 볼 때, 급격한 수소의 확산 결과로 짧은 시간 내에 높은 함량의 농도 분포를 보여주었다. 이것은 고온에서 하이드라이드의 수소 증기압이 과도하게 상승한 결과로 용기 내벽면의 표면 농도가 증가하여 초기에 용기 벽 농도 구배를 증대 시키며, 고온에서 재료 내 수소 확산이 증가하기 때문이다. 따라서 고온에서는 용기 벽을 통한 빠른 수소의 투과가 예상되며 트리튬의 용기 벽을 통한 외부 유출이 심각할 것으로 사료된다.

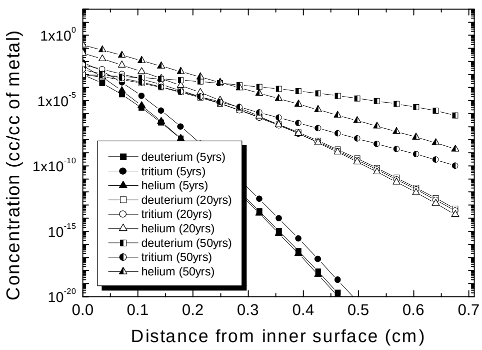

그림 3. 용기 벽 수소동위원소 농도분포 (40℃)

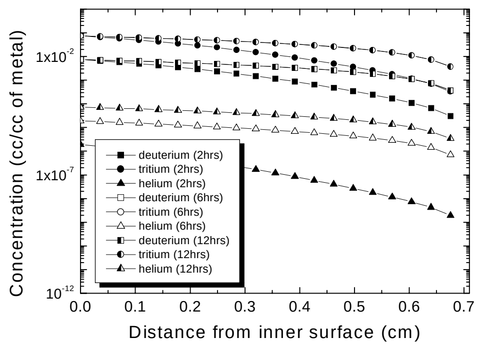

그림 4. 용기 벽 수소동위원소 농도분포 (800℃)

4-2. 장기저장 거동

금속에 하이드라이드 형태로 결합되어 있는 수소동위원소는 실온에서 매우 낮은 수소 증기압을 유지하면서 트리타이드와 기상중의 트리튬은 시간에 따라 붕괴한다. 용기 내 트리튬은 트리타이드 자체붕괴에 의한 감손과 용기 벽으로 확산되어 빠져나가는 양을 고려하면 시간에 따른 트리튬의 용기 내 방사능량(인벤토리)을 추정할 수 있다. 그림 5와 6은 시간에 따른 용기 내 수소동위원소 보유량과 트리튬 붕괴에 의해 생성된 헬륨량을 나타내고 있다. 중수소인 경우 용기 벽 확산에 의해 빠져나가는 미미한 양

이외에는 초기 보유량이 대부분 존재하는 반면, 트리튬은 붕괴되어 감손되는 트리튬 1몰당 2몰의 헬륨이 생성된다. 그림 6은 초기 0.5MCi의 트리튬이 시간이 지남에 따라 붕괴하고 일부는 용기 벽으로 투과하여 이탈되므로 줄어드는 인벤토리를 보여주고 있다. 동시에 트리타이드에서 생성하여 용기내 기상으로 빠져나간 헬륨 기체에 의한 압력변화를 보여주고 있다. 생성 헬륨은 바로 압력변화에 영향을 미치지 않으며 금속에서 어느 한계치만 헬륨을 보유할 수 있으며 그 이상에서는 방출하여 용기내부 압력상승의 결과를 가져온다.

실온에서 트리튬으로 포화된 타이타늄의 경우, 원자 몰비로 0.3He/Ti이 될 때까지는 트리튬의 붕괴에 의해 발생된 헬륨을 트리타이드 내부에 함유하고 있지만, 그 이상일 경우, 생성되는 헬륨은 그대로 트리타이드 외부로 방출된다. 트리튬 저장 조건인 300℃이하에서는 δ상이 존재하는 하이드라이드[(H+D+T)/Ti≥1.5]에서는 다음 관계식에 의해 붕괴되어 생성하는 헬륨의 방출이 시작하는 시점을 예측할 수 있다 [2,3].

$$He/Ti = 0.3 = T/Ti[1-\exp(-0.0563\,t)] \qquad (T+D+H)/Ti = 1.5\sim2 \qquad (16)$$

여기에서 t는 붕괴하여 생성되는 헬륨의 하이드라이드 외부 방출이 시작되는 시점(years)을 나타낸다. T/Ti의 저장 비율에 의해 헬륨 방출 시점이 달라지게 되며 트리튬 비가 높을수록 헬륨의 조기 방출이 진행되어 저장용기 압력상승이 예측된다. 0.5MCi의 트리튬은 상기와 같은 금속의 헬륨 보유인자를 고려하면 50년 후 약 47atm의 압력 상승을 초래하게 된다. 그래서, 헬륨의 생성에 따라 저장압력은 상승하게 되며, 실제적인 경우 압력증가를 제한하기 위하여 저장 시 순수한 트리튬을 집어넣지 않으며, 수소와 중수소를 섞어서 getter와 반응시키게 한다. 이렇게 생성하여 하이드라이드 상에 함유된 헬륨은 가열이나 진공 탈착에 의해 회수가 가능하다.

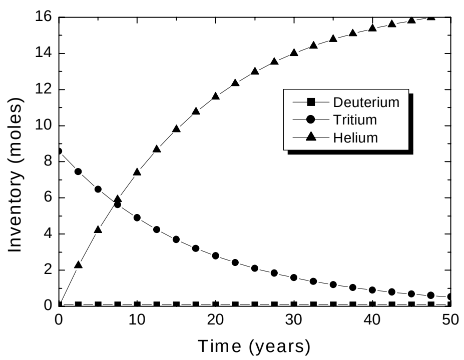

그림 5. 저장 시간에 따른 용기 내 수소동위원소 인벤토리

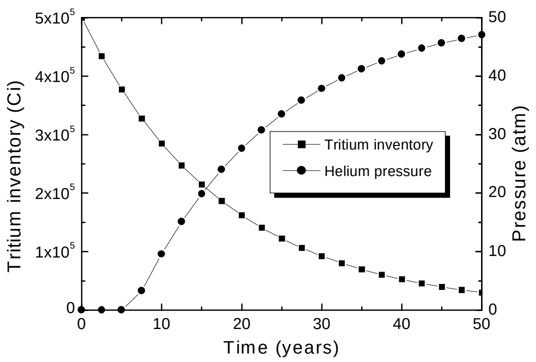

그림 6. 저장 시간에 따른 용기 내 트리튬 인벤토리 및 헬륨 압력 변화

4-3. 수소동위원소 확산 누출

용기 내에 저장되는 수소동위원소는 용기 벽을 통해 확산하여 농도분포를 형성하므로 용기재질은 미량의 수소를 함유하고, 동시에 농도 구배에 의한 물질전달로 결국 용기 밖으로 확산되어 빠져나갈 수 있음을 시사한다. 그림 7은 시간에 따른 트리튬의 누적 누출량을 나타내었다. 본 연구에서는 용기 외벽면 트리튬 농도를 0인 경계조건을 사용했기 때문에 보수적인 계산 결과를 보여주고 있다. 시간이 지남에 따라 트리튬 단위 시간 증분당 누출양은 초기보다 차츰 감소하는 경향을 보여주었다. 이것은 시간이 지남에 따라 붕괴에 의하여 용기 외벽면 근처에서의 농도 구배가 작게 완만한 농도분포를 형성하기 때문이다. 누적 트리튬 방출량은 계속 증가하여 50년 후에는 약 70nCi의 값으로 평가되었지만, 실제의 경우 초기 저장 용기 내의 압력 조건은 40℃의 실온에서 타이타늄 하이드라이드의 수소 증기압이 ~10^{-10}atm 이하의 매우 낮은 수소 분압이 유지 되기 때문에 훨씬 낮은 누적 방출량을 예상할 수 있을 것이다.

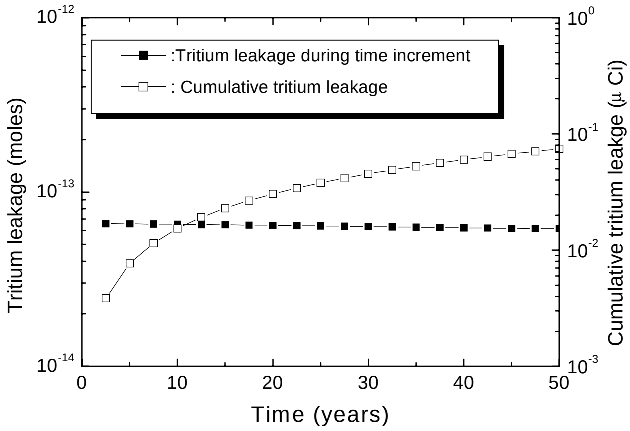

그림 7. 저장 시간에 따른 용기 내 트리튬의 구간 방출량 및 누적 방출량

5. 결 론

금속 하이드라이드 형태로 저장하는 오스테나이트계 스텐레스 재질의 수소동위원소 저장용기에서 수소 확산에 의한 용기재료 손상 가능성을 예측하기 위하여 수소동위원소 확산 평가 전산 프로그램을 개발하였다. 계산결과, 장기 저장시 40℃ 정상 저장 온도조건에서 7㎜두께의 저장용기를 통한 확산에 의한 수소투과는 무시할 만하였으나 용기 온도가 800℃까지 상승하는 12시간의 가상 화재사고 조건에서는 용기 벽을 통한 수소 투과는 매우 빠르게 진행됨을 알 수 있었다.

감 사

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 수행 되었으며 지원에 감사 드립니다.

참 고 문 헌

1. C. E. Ells, "Tritium in Austenitic Stainless Steel Vessels: the Integrity of the Vessel", AECL-6972, Chalk River, Ontario, Canada (December 1980)
2. L. K. Heung, "Titanium for Long-Term Tritium Storage", WSRC-TR-94-0596, Savannah River Site, Alken, SC 29808 (December 1994).
3. J. O. Noga, "Investigation of Tritium and Zirconium Hydrides to Determine Suitability of Recoverable Tritium Immobilization for the Pickering Tritium Removal System", OH-81-368-K, Ontario Hydro Research Division, Canada (November 1981)
4. C. E. Ells, S. A. Kushneriuk and J. H. van der Kuur, "Containment of Tritium in Austenitic Stainless Steel Vessels", AECL-7159, Atomic Energy of Canada Limited, Chalk River Nuclear Laboratories, Chalk River, Ontario, Canada (March 1981)
5. B. Hircq, "Tritium Storage", CEA-CONF-10070, Commissariat à l'Energie Atomique, Centre d'Etudes de BRUYERES-LE-CHATEL, France (1989)
6. C. E. Ells and S. A. Kushneriuk, "Helium in the Austenitic Stainless Steel of Tritium-Handling Facilities", AECL-6844, Atomic energy of Canada Limited, Chalk River Nuclear Laboratories, Chalk River, Ontario, Canada (February 1980)
7. A. Chanfreau, A. M. Brass, C. Haut and J. Chene, "Helium 3 Precipitation in AISI 316L Stainless Steel Induced by Radioactive Decay of Tritium: Growth Mechanism of Helium Bubbles", Metallurgical and Materials Transactions A, Vol. 25A, pp.2131-2143 (October 1994).
8. M. J. Morgan and M. H. Tosten, "Tritium and Decay Helium Effects on Cracking Thresholds and Velocities in Stainless Steel", WSRC-MS-2000-00747, Savannah River Site, Alken, SC 29808 (2000).
9. J. E. Klein, "Permeation Rates for RTF Metal Hydride Vessels", WSRC-TR-92-258, Savannah River Site, Alken, SC 29808 (May 1992).
10. K. E. Kain, "Finite-Difference Program for Hydrogen Diffusion", U.S. DOE Report DP-1738, Savannah River Site, Alken, SC 29808 (March 1987).
11. B. Weaver, "DOE Handbook-Tritium Handling and Safe Storage", DOE-HDBK-1129-99, U.S. Department of energy, Washington, D.C. 20585 (March 1999)